

DETERMINACIÓN DE LOS COEFICIENTES DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURAS DE COMBUSTIBLE Y REFRIGERANTE DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

M.R. Spinella^{a,b}, M. Madariaga^a, A.I. Lazarte^a

^aAutoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250, (C1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina, ^bmspinella@arn.gob.ar

Palabras clave: Coeficientes, reactividad, combustible, refrigerante, CANDU, Embalse

Resumen. En este trabajo se ha modelado el núcleo de la Central Nuclear Embalse (CANDU-600) y se ha obtenido la respuesta en reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante y de la temperatura del combustible. Para efectuar los cálculos se emplearon los códigos de celda WIMS (Winfrith Improved Multigroup Scheme) incluyendo la biblioteca de datos nucleares del 2002 WLUP (Wims Library Update Project) y el código de reactor CITVAP.v3.5. La metodología empleada consiste en la determinación de las secciones eficaces macroscópicas, mediante el código de celda, que se necesitan para su uso posterior en el modelado del núcleo con el código de reactor. La celda se define como una porción del núcleo, considerándose éste como una repetición periódica de dicha celda, compuesta por el combustible, el refrigerante, componentes estructurales y parte del moderador. En la etapa del cálculo de núcleo, éste es dividido en regiones homogéneas denominadas “canales” cuyas secciones eficaces son las obtenidas de la celda considerada como un material homogéneo sólo descripto por sus secciones eficaces. En este caso, el modelo parcial del núcleo contiene los 380 canales, divididos en 12 zonas axiales que representan a cada uno de los elementos combustibles; no se han considerado las barras de control, las ajustadoras y tampoco las zonas líquidas. Para las evaluaciones se utilizó una distribución de quemado correspondiente a 5189 días de operación a plena potencia. Se estimó así que el coeficiente de reactividad por temperatura de combustible se encuentra en el rango de $-0.7 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ a $0.2 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ para temperaturas entre 250 y 2900 $^{\circ}\text{C}$; siendo su valor para la temperatura de operación a plena potencia $\alpha_{FT} = -0.34 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$. y que el coeficiente de reactividad promedio por temperatura y densidad del refrigerante es $\alpha_{CT} = 3.6 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ entre condiciones frías y de plena potencia. Los datos obtenidos se compararon con otros reactores CANDU de características similares.

1 INTRODUCCIÓN

La realización de evaluaciones de seguridad nuclear de una central tanto para situaciones accidentales como para condiciones normales requiere un modelado de la misma que comprende tanto cuestiones neutrónicas relacionadas con el núcleo y el combustible como termohidráulicas. Desde el punto de vista nuclear, una forma de determinar los cambios en el núcleo frente a perturbaciones con respecto a condiciones nominales es mediante los denominados coeficientes de reactividad. Los cambios pueden generarse cuando se perturban por ejemplo, las densidades del refrigerante y del moderador, o las temperaturas de estos o del combustible para distintas condiciones de quemado, o de venenos neutrónicos quemables.

En particular, los coeficientes de reactividad son esencialmente importantes durante un accidente cuando las variaciones de las propiedades de los fluidos o del combustible (que realimentan estos coeficientes) son diferentes a las de operación normal o condiciones permitidas. Por lo anterior, una correcta determinación de los coeficientes de reactividad es fundamental ya que desviaciones de estos respecto a valores de planta (medidos) pueden dar origen a situaciones que requieran el accionamiento más rápido de sistema de seguridad para evitar alcanzarse condiciones próximas a los límites admisibles. Una discusión adicional, y reciente, sobre el efecto de los coeficientes de reactividad en la evolución de eventos postulados en un CANDU y su relación con cuestiones de licenciamiento se puede encontrar en ([Kastanya, 2013](#)). Cabe señalar que en el caso de reactores CANDU, se ha puesto énfasis en la determinación del coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante que, a diferencia de otros tipo de reactores de agua liviana, es positivo ([CNSC, 2009](#) ; [Meneley, 2007](#))

Como parte de las tareas de licenciamiento de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) considera necesario disponer de la capacidad de obtener coeficientes de reactividad en diversas situaciones y condiciones de planta. . Éstos pueden ser usados para evaluaciones del diseño neutrónico y para estudios deterministas de seguridad como parte de un modelo simplificado de cinética puntual que se realicen con los correspondientes códigos. Como primer paso, se han determinado los coeficientes de realimentación por temperatura del combustible, temperatura y densidad del refrigerante para una distribución de quemado en equilibrio (5189 días de plena potencia), con una concentración de xenón y samario en equilibrio, correspondiente a plena potencia, aunque no se han considerado los mecanismos de control y regulación de reactividad durante operación normal, como barras ajustadoras y zonas líquidas. Sin embargo, se consideró una distribución de quemado determinada teniendo en cuenta la ubicación de estos mecanismos en las posiciones nominales de operación. También se determinó la reactividad en función del porcentaje de vacío de refrigerante ya que, debido a las características propias del reactor, su conocimiento resulta de importancia.

La estructura de este trabajo es la siguiente: en la sección 2, se realiza un resumen de la metodología y códigos empleados, en la sección 3 se describe al núcleo de la CNE, sus principales parámetros constructivos y los modelos de celda y reactor que se elaboraron. Finalmente se presentan los resultados y una discusión de los mismos.

2 METODOLOGÍA

2.1 Metodología general del cálculo neutrónico

El cálculo del reactor se realizó utilizando diferentes códigos, en dos etapas, primero mediante un cálculo de celda y luego de núcleo.

La celda es definida como una porción del núcleo tal que el mismo pueda considerarse como una repetición periódica de la misma. En este caso la celda contiene el elemento combustible (EC), el refrigerante, componentes estructurales y parte del moderador. En su modelado el EC se representa con todo el detalle posible, dentro de la capacidad del código para describir su geometría; los detalles se resumen en la sección 3.

Con el código de celda (ORNL, 1991) se resolvió la ecuación de transporte en la celda con el método de probabilidades de colisión imponiendo condiciones de contorno periódicas (reactor infinito), obteniéndose así el flujo neutrónico en función de la posición y de la energía, y además las secciones eficaces en función del quemado necesarias para su posterior uso en el cálculo del reactor. También se generan las secciones eficaces de otros materiales como el reflector, ciertas estructuras, etc.

En la etapa del cálculo del núcleo éste es dividido en regiones homogéneas denominadas “canales” cuyas secciones eficaces (XS) son las de la celda a pocos grupos de energía. Éstas se obtienen a partir de los datos y resultados del cálculo de celda (volúmenes, secciones eficaces macroscópicas y flujo neutrónico) efectuando promedios pesados que corresponden a una “homogeneización” y “condensación” a través de un post procesado. Se hallaron así las reactividades en función de los distintos parámetros y sus dependencias con el quemado.

2.2 Códigos neutrónicos utilizados

Se empleó el sistema integrado **MTR_PC V3.0** (INVAP, 2004). La línea de cálculo y códigos empleados se esquematizan en la Figura 1:

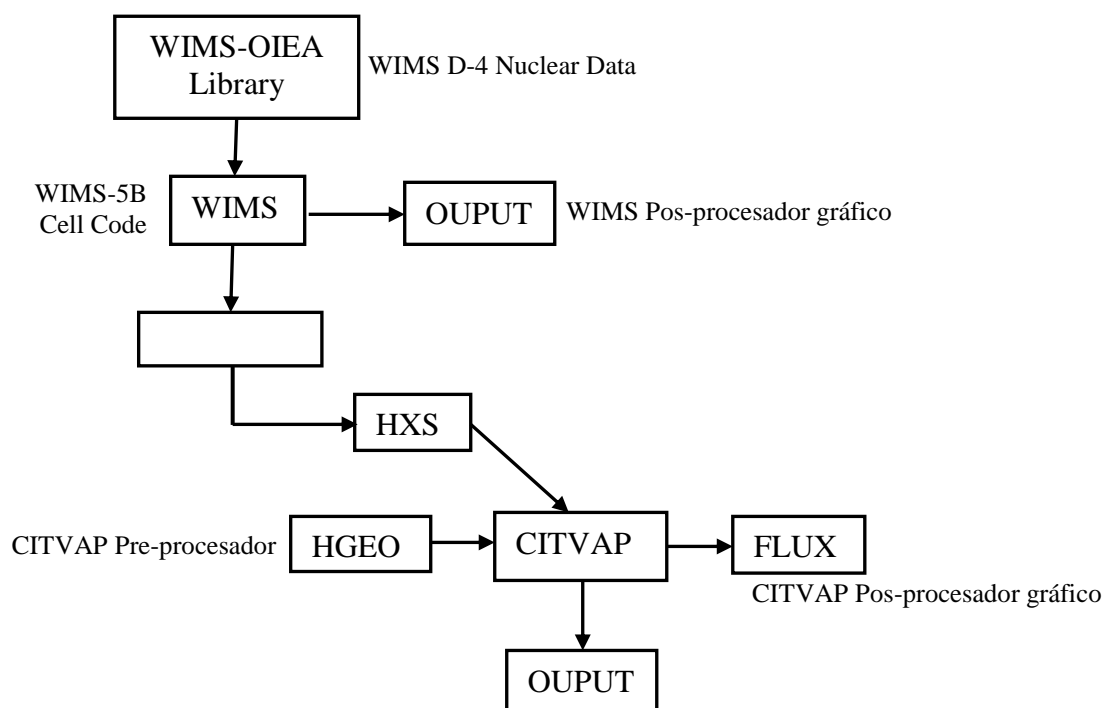


Figura 1: Línea de cálculo

WIMS-OIEA Library: Biblioteca de Datos Nucleares de 69 grupos de energía,

WIMS5B: Programa para el cálculo de celda (ORNL, 1991).

POS_WIMS v2.0: Programa para condensar y homogeneizar las secciones eficaces macroscópicas provistas por la salida del WIMS (ORNL, 1991).

HXS v4.1: Programa que maneja la biblioteca de secciones eficaces macroscópicas.

Efectúa el nexo entre el cálculo de celda y el cálculo de núcleo (INVAP, 2001).
CITVAP v3.5: Código de cálculo de reactor (INVAP, 2004).

2.3 Procedimiento

Para poder evaluar los efectos de la realimentación sobre la reactividad con CITVAP es necesario contar con las XS resultantes de perturbar sólo el parámetro de interés, manteniendo los demás en sus valores de referencia como se describe a continuación:

- Mediante WIMS se efectuó un cálculo de celda de acuerdo con las aproximaciones que se describen en la sección 3 para el elemento combustible. Se dejó evolucionar a la celda en función del quemado con todos sus parámetros en los valores correspondientes al estado nominal, salvo el quemado (ver tabla 1). De este modo se obtienen las XS no perturbadas en función del quemado. El cálculo de celda se efectuó hasta 14000 MWd/TU cubriéndose todos los posibles estados de quemados de los EC luego de más de 5000 días de plena potencia.
- El programa permite obtener de la misma corrida la composición isotópica del combustible en cada paso de quemado, las que son utilizadas de manera fija en una nueva entrada de datos para recalcular las XS de cada paso de quemado, las XS perturbadas solo por la modificación del parámetro de interés.
- Con el POST-WIMS, para cada uno de los casos perturbados, se homogeneizaron y condensaron las secciones eficaces a 2 grupos de energía y, con el HXS se preparó la biblioteca de XS perturbadas en función del quemado para su utilización en el cálculo de reactor.
- Luego se calculó la reactividad con el CITVAP para cada perturbación de interés.

Magnitud	Valor
Temperatura efectiva del combustible empleada para calcular los parámetros del reticulado	687 °C
Grado de quemado de cada EC	El correspondiente a 5189 dpp Quemado promedio 3965.1 MWd/TU
Temperatura del moderador	71 °C
Densidad del moderador	1.08441 g/cm ³
Temperatura del refrigerante, promediada en el canal	290 °C
Densidad del refrigerante	0.81846 g/cm ³

Tabla 1: Parámetros nominales o de referencia sujetos a variaciones.

3 DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DE LA CNE Y SU MODELADO

3.1 Características generales

El reactor CANDU-600 (AECL, 2005; Kluger, 1980) es un reactor refrigerado y moderado con agua pesada que utiliza uranio natural como combustible. A diferencia de otros PHWR, utiliza el concepto de tubo de presión (TP). El núcleo del reactor consiste principalmente del recipiente de calandria cilíndrico horizontal que contiene el moderador y reflector. La calandria es atravesada horizontalmente de forma axial por los 380 canales combustibles.

Estos están compuestos por los tubos de presión construidos de circonio y 2.5 % de niobio, y conexiones terminales de acero inoxidable.

Los tubos de presión están rodeados por los tubos de calandria de Zircaloy 2 que los aíslan del moderador. A su vez cada tubo de presión está aislado del Tubo de Calandria (TC) por un espacio anular que contiene CO_2 seco suministrando una aislación térmica entre el refrigerante primario y el moderador (ver Figura 2.a). Los TP contienen a los EC y al agua pesada refrigerante. Los tubos de calandria están dispuestos en una red de paso cuadrado de 285.75 mm conformando un núcleo cilíndrico (ver Figura 2.b). Las dimensiones aproximadas y material de cada componente se presentan en la Tabla 2.

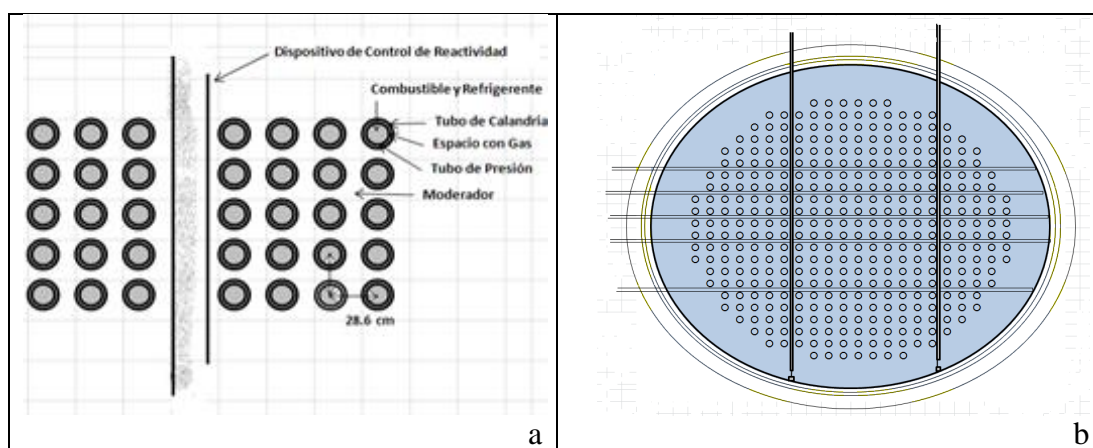


Figura 2: a) Esquema de los canales combustible. b) Esquema del núcleo del reactor.

Magnitud	Valor
Recipiente de la Calandria	
Diámetro interior de la carcasa principal	7.60 m
Diámetro interior de la subcarcasa	6.76 m
Longitud aproximada	5.96 m
Material	Acero inoxidable
Tubos de Calandria	
Diámetros interior	12.90 cm
Espesor pared	0.14 cm
Diámetro exterior	13.18 cm
Material	Zry2
Tubos de Presión	
Diámetro interno del Tubo de Presión (TP)	10.34 cm
Espesor promedio de la pared del tubo de presión	0.43 cm
Radio exterior del tubo de presión	11.21 cm
Longitud	6.3 m
Longitud activa de los elementos	495.30 mm
Material	Zr: 2.5% Nb

Tabla 2: Datos de la Calandria.

El EC (sus parámetros característicos se detallan en la Tabla 3) está compuesto por 37 barras combustibles (BC), de sección circular, dispuestas en 3 anillos concéntricos. La longitud de la calandria de 5.96 m hace que en cada canal combustible se alojen 12 EC. Por otra parte, cada BC está constituida por:

- Un tubo o vaina de Zry4, revestido interiormente de una fina película de grafito, en cuya superficie exterior, en la zona periférica central, se encuentran soldados pequeños apéndices, denominados espaciadores, para evitar el contacto entre las vainas.
- Aproximadamente 35 pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (UO₂).
- Dos tapones de Zry4 soldados a los extremos de la vaina.

Cada una de las vainas de las barras externas del EC lleva, además, tres apéndices metálicos soldados; en el centro y en los extremos de la vaina, denominados patines y que cumplen la función de mantener separado al EC del canal de combustible.

Características Generales	
Material combustible	Pastillas UO ₂
Material estructural	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible (manejo)	495.30 mm
Pastillas de UO₂	
Diámetro	12.15 mm
Radio de la parte plana	5.57 mm
Largo de la pila	480.00 mm
Vaina	
Diámetro externo	13.08 mm
Espesor de pared	0.42 mm
Espesor (mínimo) de grafito	2.50 μm
Conjunto Elemento	
Diámetro Corona exterior	86.60 mm
Diámetro Corona intermedia	57.50 mm
Diámetro Corona interna	29.80 mm
Masa del Material (por manejo)	
Uranio	18.822 kg
UO ₂	21.352 kg
Total Zircaloy-4	2.342 kg
Volúmenes de Material (por manejo) frío	
Pastillas de UO ₂	2.013x10 ⁶ mm ³
Total Zircaloy -4	3.548x10 ⁵ mm ³

Tabla 3: Componentes y parámetros del elemento combustible.

3.2 Modelado del EC

La celda a modelarse en el WIMS se muestra en la Figura 3, allí se esquematiza a los elementos que la componen, el EC compuesto por las 37 BC, el TP el refrigerante, el gas anular de CO₂, el TC y el moderador.

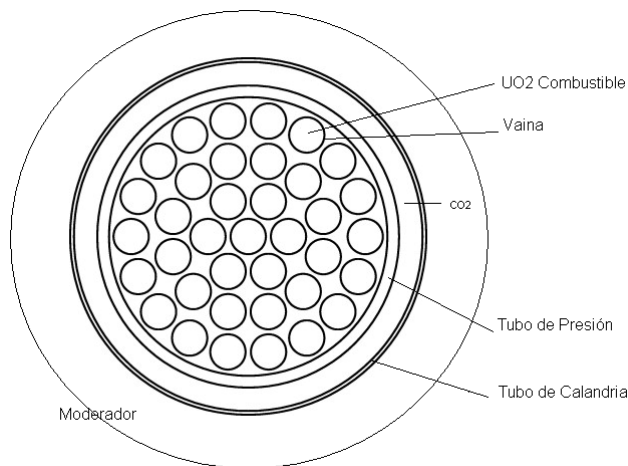


Figura 3: Diagrama de la Celda.

La Figura 4.a muestra un corte de la BC. Para su modelado en el WIMS, se consideraron sólo dos zonas, una central compuesta por UO₂ de radio R_1 y un anillo adyacente de Zry4 (despreciándose la capa de helio y la de grafito que se reemplazan por Zry4), de radio exterior R_2^* , ver Figura 4.b. Este radio R_2^* resulta mayor que R_3 , ya que se incluyó dentro del volumen de la vaina el volumen correspondiente a los elementos de Zry4 estructurales, conservándose el volumen total de Zry4.

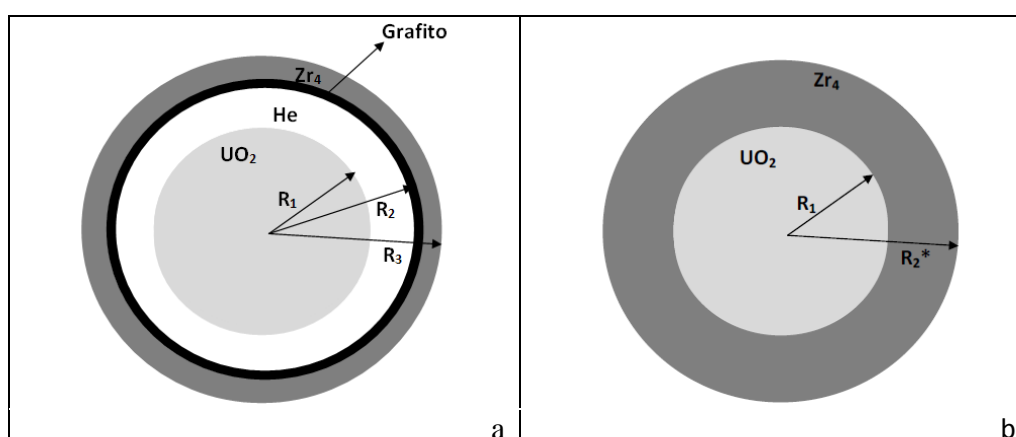


Figura 4: a) Corte de una Barra Combustible (véase Tabla 2. b) Perfil de la barra combustibles utilizada para armar la celda de WIMS.

Adicionalmente, se considera que todo el canal combustible tiene UO₂, despreciándose huecos de las pastillas y espacios vacíos entre EC. Esto implica que la densidad del UO₂ se reemplaza por una efectiva que resulta ser de 10.04907 kg/m^3 .

El EC de la Figura 5 se modela en WIMS por medio de cilindros concéntricos cuyo corte radial está dado por un círculo central y 20 coronas.

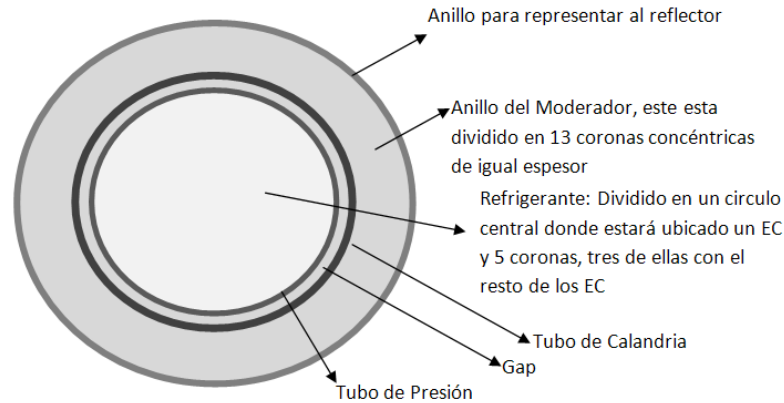


Figura 5: Perfil de la Celda para WIMS.

Teniendo en cuenta que se trata de una red rectangular con un paso de 285.75 mm, se calcula un radio de celda considerando que el área de moderador que rodea a cada elemento combustible debe ser igual al área circular de la celda modelada (incluido dicho elemento).

Considerando que habrá moderador desde el radio exterior del tubo de calandria ($R_{ext\ TC} = 6.585\text{ cm}$) hasta $R_{celda} = 16.122\text{ cm}$ se divide a esa zona en 12 anillos concéntricos de igual espesor y una capa externa que se utilizará para obtener las secciones eficaces correspondientes al reflector. Aquí se considera que el espectro en el reflector es igual al espectro en el borde exterior de la celda.

3.3 Modelado del Reactor

El modelo del reactor contiene 380 canales divididos en 12 secciones axiales, mediante un arreglo rectangular de acuerdo con la Figura 6. De este modo, cada EC junto con el moderador que lo rodea se transforma en un paralelepípedo de arista igual al paso de red y cuyo material proviene de una homogenización y condensación, a cada uno de estos paralelepípedos se los denominará canal de aquí en adelante. El contorno cilíndrico del reflector dado por el borde interior de la calandria (línea verde) es simulado por una poligonal eligiendo las celdas de manera tal que definan una corona circular a su alrededor de igual área que el reflector en el reactor (de espesor promedio igual a 65.46 cm) y respetando dentro de lo posible las distancias relativas a la calandria (véase Figura 6). En el borde de dicha poligonal se impone la condición de contorno que corresponde a un absorbente negro en el exterior, es decir que todo neutrón que atraviesa la poligonal no reingresa. El espesor del reflector axial de 14 cm ([Comunicación Personal, 2013](#)).

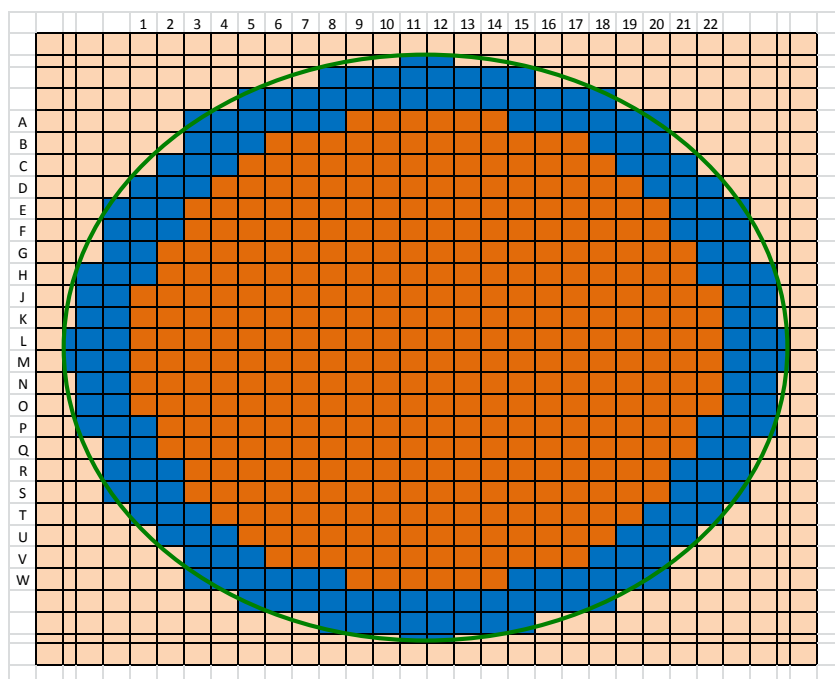


Figura 6: Corte transversal de la representación del núcleo en CITVAP, se ven los canales de modelado del núcleo, el reflector y el borde real de la calandria.

En la dirección axial cada canal en el modelo fue dividido en 12 trozos de 49.53 cm de longitud que representan cada uno de los manojos de combustible y 2 zonas superiores (frontal en el reactor) una para el reflector y otra para el material negro, análogamente se describió la parte inferior (trasera en el reactor).

Para los cálculos de las reactividades se emplearon, según el caso, un núcleo completamente fresco, o con diversos valores de quemado totalmente uniforme o con una distribución de quemado de cada EC correspondiente a 5189 dpp, al que llamamos quemado de referencia ([Comunicación Personal, 2013](#)). El valor promedio de este quemado de referencia es de 3965 MWd/TU. La potencia utilizada fue 2115.4 MW.

4 RESULTADOS Y DISCUSIONES

4.1 Reactividad en función de la fracción de vacío de refrigerante

Se evaluó, para un quemado de equilibrio, la reactividad en función de la fracción de vacío, $F_v = (V_o - V)/V_o$ donde V_o es el volumen total del canal y V es el volumen del canal ocupado por refrigerante. Para efectuar el cálculo se perturbó la densidad del refrigerante, modificándola por una densidad equivalente de manera tal que represente el porcentaje de vacío deseado. Dichas densidades se estimaron considerando que si M_o es la masa de refrigerante correspondiente a todo el canal lleno (densidad nominal $D_o = M_o/V_o$) entonces para una dada fracción de vacío F_v determinada, la masa será $M = D_o V$, en consecuencia la densidad equivalente D_{eq} para un canal homogéneo con esa fracción de vacío resulta $D_{eq} = M/V_o = D_o V/V_o = D_o (1 - F_v)$. Los resultados obtenidos se presentan en la Figura 7.

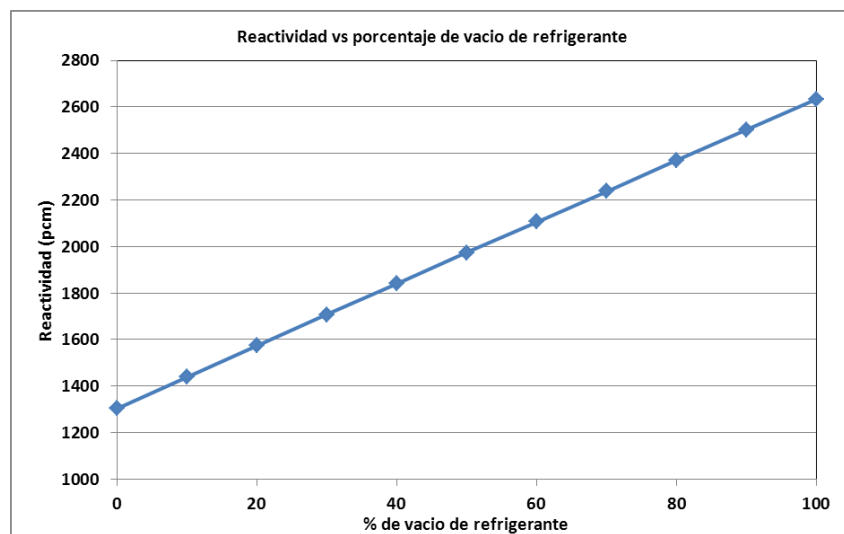


Figura 7: Reactividad calculada por el CITVAP para un núcleo en equilibrio en función de la fracción de vacío del refrigerante.

Como se observa de los datos anteriores manteniendo al núcleo en los parámetros de referencia y vaciando el refrigerante sin modificar su temperatura la reactividad puede llegar a aumentar en aproximadamente 1300 pcm, el coeficiente de reactividad por porcentaje de vacío (pendiente de la curva de la Figura 7) es 13.3 pcm/%.

4.2 Reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante

Se determinaron para el quemado de equilibrio, la reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante y, la reactividad para una temperatura constante de refrigerante en función de la densidad de éste (vacío).

Los efectos en la reactividad debido a cambios en la temperatura y densidad del refrigerante no son sencillos de analizar teniendo en cuenta la fórmula de los cuatro factores se puede decir que la reducción en la densidad causa un aumento en el factor de utilización térmica y en el factor de fisión rápida y un decrecimiento en la probabilidad de escape a la resonancia. A estos efectos pueden atribuirse los comportamientos observados en las Figuras 8 a 10.

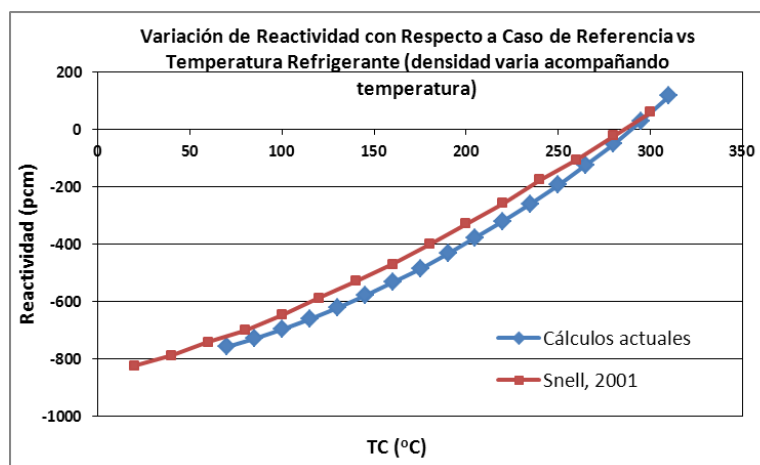


Figura 8: Variación de reactividad en función de la temperatura del refrigerante para un quemado de equilibrio.

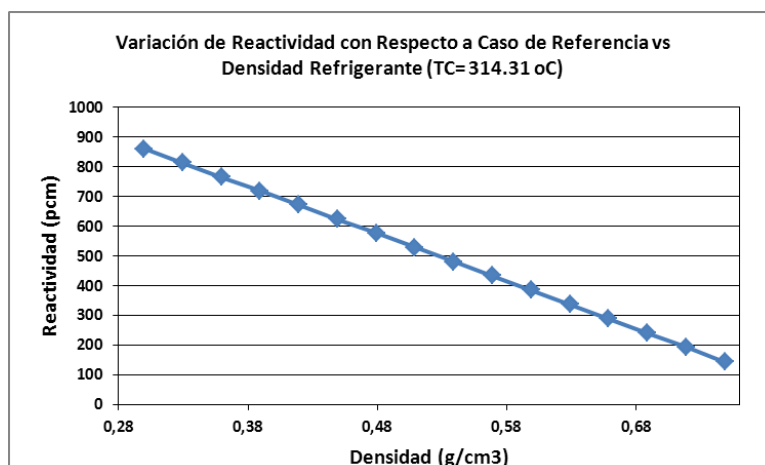


Figura 9: Variación de reactividad vs densidad de refrigerante para una temperatura fija.

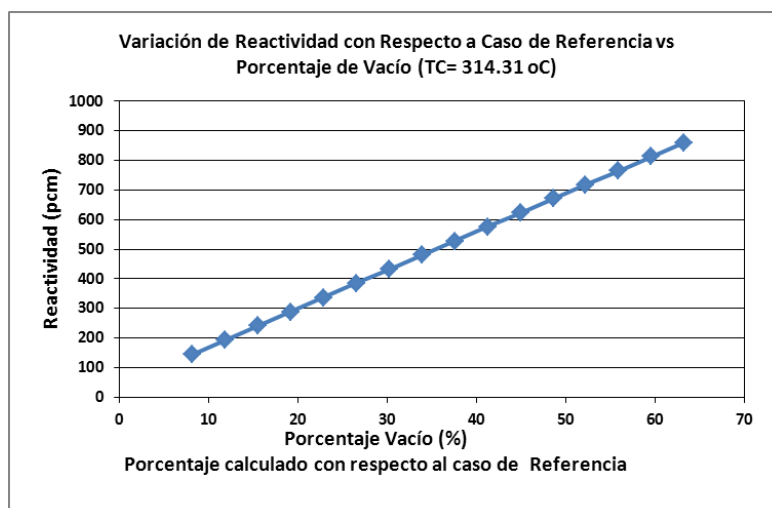


Figura 10: Variación de reactividad en función de la fracción de vacío (a una temperatura fija).

El comportamiento con la temperatura de refrigerante, mostró una disminución en reactividad de hasta aproximadamente 758 pcm cuando alcanza una temperatura de 70 °C y su densidad correspondiente, dando un coeficiente reactividad promedio entre dicha temperatura y la correspondiente a la referencia de 3.6 pcm/°C. Manteniendo la temperatura en 314.31 °C (temperatura de saturación a la presión media entre la entrada y salida del núcleo) y se produjo vacío, la reactividad insertada fue de 860 pcm para una fracción de vacío del 63 %.

En particular en la Figura 8 se muestra una comparación de los resultados obtenidos con respecto a los consignados en (Snell, 2011); para condiciones nominales los coeficientes resultan en 5.2 pcm/°C y 4.3 pcm/°C, dando una diferencia del 20% entre el calculado y la referencia, respectivamente. Obteniéndose las máximas diferencias en la variación de reactividad de las dos curvas (aproximadamente un 15%) entre los 160 y 170 °C. Mientras que la máxima diferencia entre ambos coeficientes de reactividad es del 27.5% correspondiendo a la zona de bajas temperaturas, como puede deducirse de la Figura 11 donde se presentan los coeficientes de reactividad.

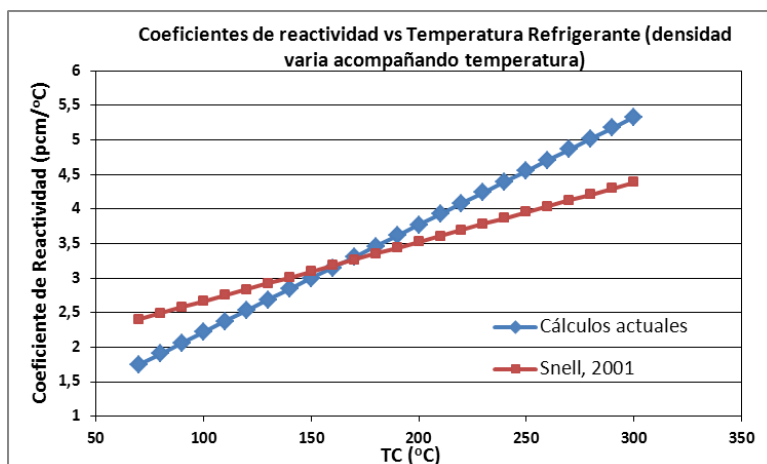


Figura 11: Coeficientes de reactividad en función de la temperatura del refrigerante.

4.3 Reactividad en función de la temperatura del combustible

Los resultados obtenidos para las perturbaciones de la temperatura del combustible T_F se presentan en la Figura 12.

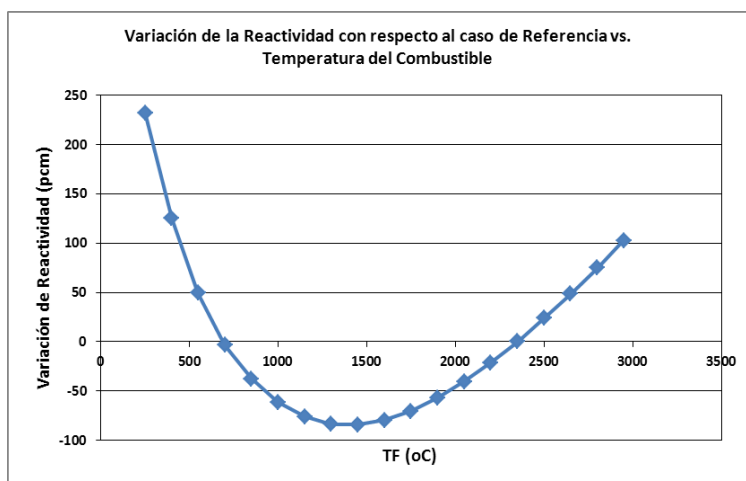


Figura 12: Variación de la reactividad en función de la temperatura del combustible (quemado de equilibrio).

El comportamiento mostrado en la Figura 12 donde se ve una disminución de la reactividad hasta alrededor de los 1400 °C y un crecimiento para temperaturas más altas, hecho reflejado en el coeficiente de reactividad (ver Figura 15) que se torna positivo para temperaturas elevadas puede entenderse si se tienen en cuenta los hechos siguientes.

Hay dos efectos que se producen debido al aumento de la temperatura del combustible a los que podrían atribuirse, en principio, el comportamiento de la curva:

- Un aumento en la absorción resonante debido al ensanchamiento Doppler, dando como resultado una disminución en la probabilidad de escape a la resonancia y por lo tanto en la reactividad del sistema.
- La temperatura del combustible determina, en parte, el espectro neutrónico en el combustible, porque éste afecta la energía promedio que puedan alcanzar los neutrones que colisionan con los átomos del combustible. Si ^{235}U es la única componente fisil, el valor del factor de reproducción η decrecerá con la temperatura

neutrónica creciente, y como consecuencia se observara pérdida en la reactividad. Para ^{239}Pu la posición es al revés, este tiene una resonancia en 0.3 eV y a medida que la temperatura del neutrón aumenta, más y más neutrones (i.e., aquellos en las energías finales más altas de la distribución térmica) serán encontrados en este pico resonante. Como resultado hay un significativo incremento en η para ^{239}Pu . Por lo tanto habrá un efecto de reactividad positivo o negativo para temperaturas neutrónicas crecientes dependiendo del grado de quemado. Para combustible fresco y bajo quemado este efecto será negativo, y para alto quemado este será positivo.

Se efectuaron además cálculos de la variación de la reactividad en función de la temperatura del combustible para tres valores de quemado uniforme de todo el núcleo 1000, 2500 y 5000 MWd/TU. Los resultados se presentan en la Figura 13; en ellos puede corroborarse el comportamiento descrito anteriormente, observando la transición de tener un coeficiente de reactividad del combustible negativo para quemados bajos a uno prácticamente positivo en todo el rango para quemados altos.

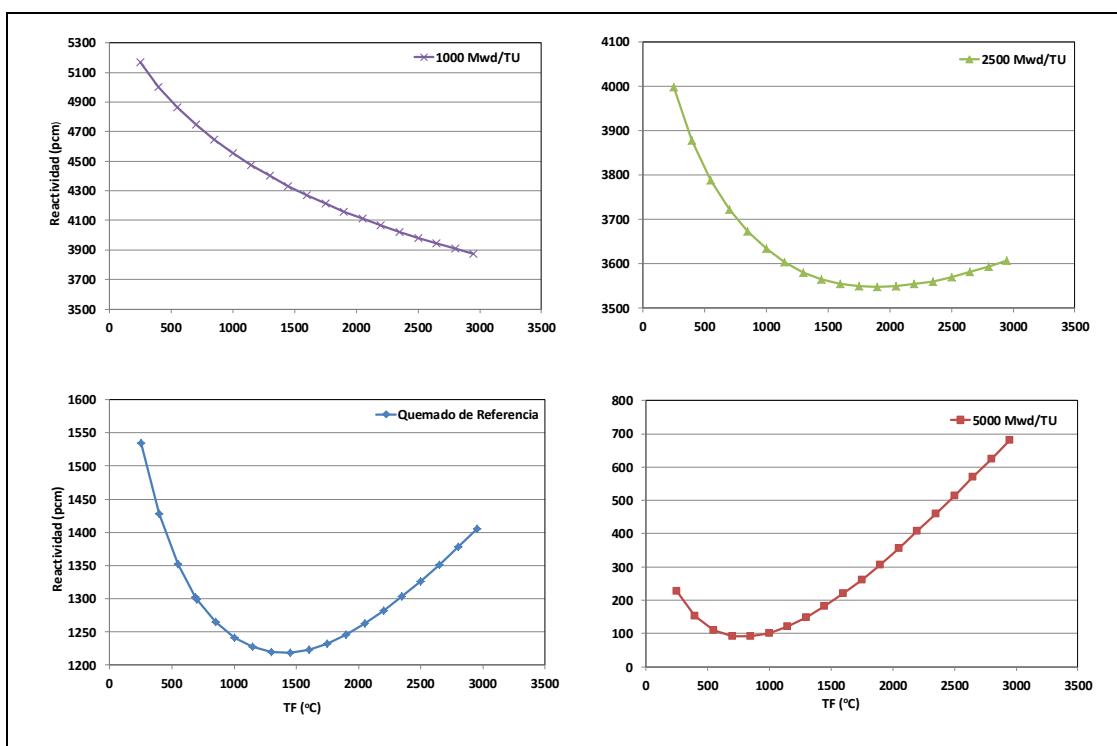


Figura 13: Reactividades en función de la temperatura de combustible para distintos valores de quemado

En la Figura 14 se muestra una comparación entre los resultados hallados con los presentes cálculos, con las evaluaciones realizadas en 2011 con el código MCNPX (Pelowitz, 2008) y con los primitivos cálculos correspondientes al código POWDERPUFS-V/RFSP (Tim, 1976; Kim, 2011; Kim, 2012) para un reactor CANDU con núcleo en equilibrio. En ella vemos como cambian las pendientes (coeficientes de reactividad) dependiendo del valor promedio de quemado en los casos calculados actualmente. En la Figura 15 se presentan los coeficientes de reactividad por temperatura de combustible; obteniéndose un valor de $-0.34 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ para el núcleo con quemado de equilibrio en la zona de operación mientras que los datos primitivos son de aproximadamente $-0.6 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ y con MCNPX $0.05 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$, es decir se torna positivo en dicha zona. Estas pueden deberse tanto a diferencias en el modelado, bibliotecas de datos nucleares y como puede deducirse de las curvas de la Figura 15 a distintos valores de

quemado del núcleo. Para determinar más precisamente los orígenes de estas diferencias se necesitan mayores detalles de cálculo en las mencionadas referencias.

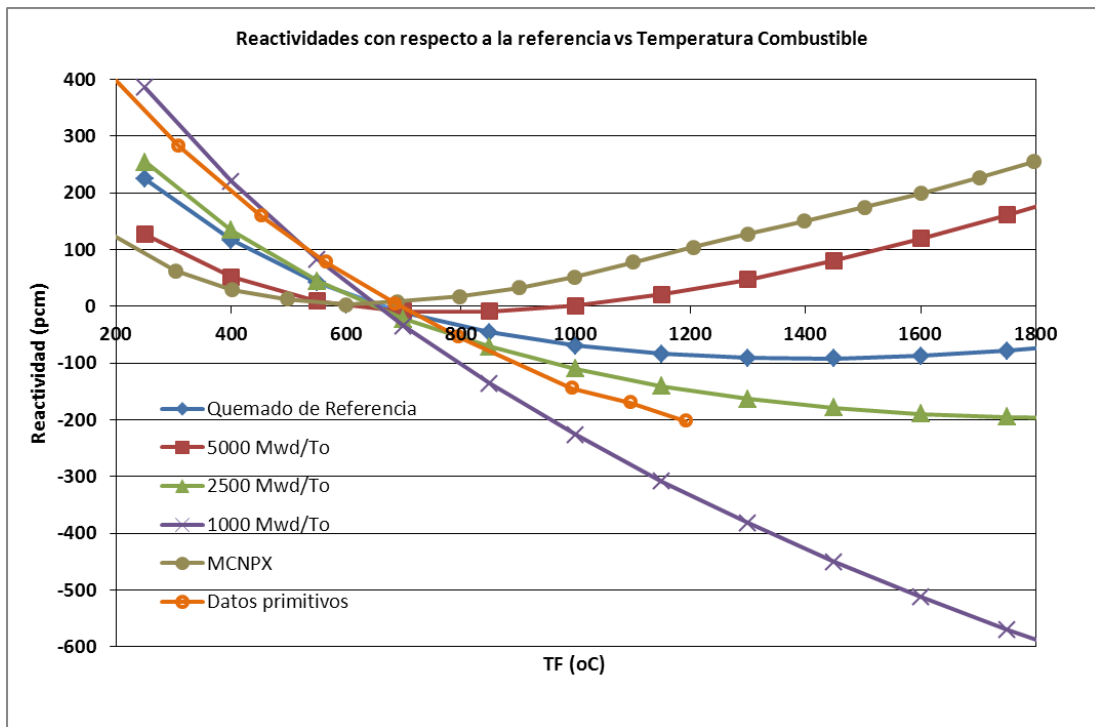


Figura 14: Comparación entre distinta curvas de variación de reactividad con respecto al caso de referencia en función de la temperatura de combustible.

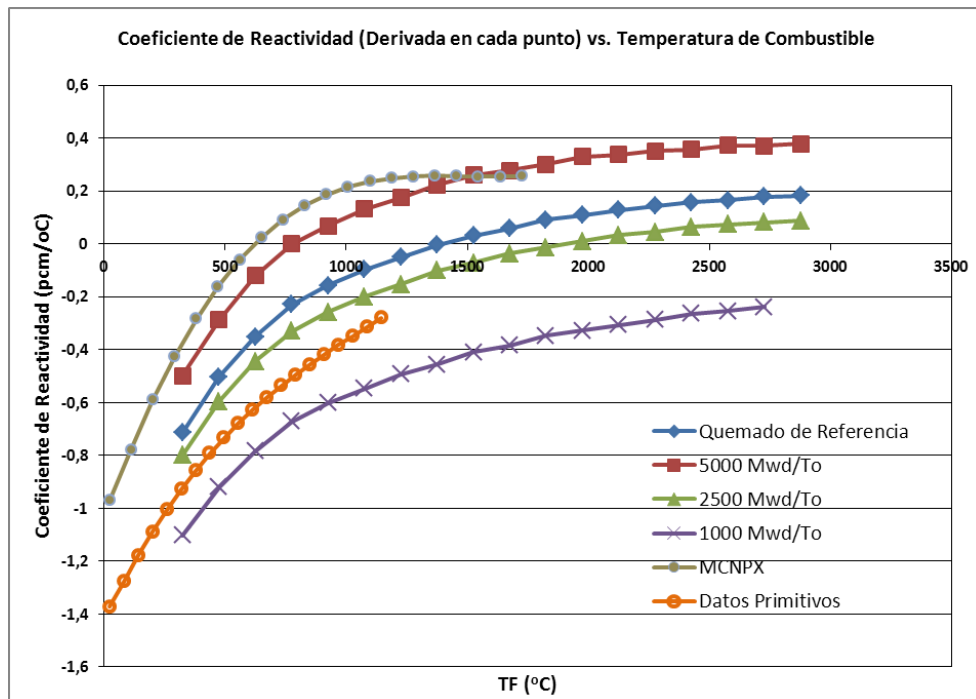


Figura 15: Comparación entre distintas curvas de variación de reactividad con respecto al caso de Referencia en función de la temperatura de combustible.

5 CONCLUSIONES

Se ha calculado en este trabajo la respuesta en reactividad frente a variaciones en la temperatura de combustible y temperatura y densidad de refrigerante, modelando al núcleo con cada uno de los 380 canales combustibles divididos a su vez en cada uno de los 12 trozos que lo componen. No se han incluido en el modelado las barras de control, ni las zonas líquidas debido a que el Código CITVAP no puede representarlas.

Se presentan también algunas comparaciones con otras referencias bibliográficas. Estas comparaciones son acotadas ya que la información publicada es, en algunos casos, escasa. Sin embargo, los valores calculados se encuentran próximos a otros publicados, dentro de la región correspondiente a las condiciones de referencia de planta.

En relación al comportamiento de la reactividad frente a variaciones de temperatura del combustible se observa en las cercanías de la referencia (687 °C) que el coeficiente de reactividad es negativo (del orden -0.34 pcm/°C) y por lo tanto un aumento de temperatura conduce a una disminución en la reactividad del sistema. Como el sistema tiene un quemado promedio 3965 MWd/TU se aprecia además un comportamiento similar al correspondiente de un quemado uniforme de ese valor medio, en donde la concentración de Pu es mayor que a bajos quemados, y el coeficiente de reactividad se torna positivo a partir de una cierta temperatura. Este comportamiento posiblemente sea a causa del aumento de las fisiones en el Pu²³⁹. El coeficiente de reactividad por temperatura de combustible varía desde -0.7 hasta 0.2 pcm/°C para temperaturas entre 250 y 2900 °C, pasando por cero cerca de los 1400 °C, es decir, tomando como base el valor mínimo calculado, un cambio del 130 % dentro del rango de temperaturas evaluadas.

En cuanto al comportamiento con la temperatura de refrigerante se obtuvo una disminución en reactividad de hasta aproximadamente 758 pcm con respecto al caso referencia al disminuir la temperatura hasta los 70 °C, mientras que la densidad aumenta. Cuando se dejó la temperatura en 314.31 °C y comenzó a producirse vacío (hasta un 63 %), la reactividad se incrementó en 860 pcm. Por otra parte un análisis preliminar efectuando el 100 % de vacío de refrigerante (a temperatura de referencia) mostró un incremento de reactividad en 1300 pcm.

REFERENCIAS

- AECL (Atomic Energy of Canada Limited - CANDU 6 Programme Team- Development Business Unit), *CANDU 6 Technical Summary*. Mississauga, Ontario, Canada, 2005.
- CNSC (Canadian Nuclear Society Commission), Technical Note. *Positive coolant void reactivity feedback phenomenon in currently operating CANDU reactors*, 2009.
- Comunicación Personal entre ARN y NASA, 2013.
- IAEA, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants for protecting people and the environment, Safety Guide, NS-G-1.12, 2005
- INVAP S.E., *HXS v4.1 Macroscopic Cross Section Library Manager*, 2001.
- Kastanya D., Boyle B., Hopwood J., y Hwan Park J. The impact of power coefficient of reactivity on CANDU 6 reactors. *Nuclear Engineering and technology*, 45 (5), 2013.
- Kim, Y. y Hartanto, D. *Re-evaluation of the Fuel Temperature Coefficient of CANDU 6*. Korea, 2011.
- Kim, Y. *Monte Carlo Re-evaluation of CANDU-6 , Physics Parameters*. Ottawa, Canada:

- IAEA Workshop on Advanced Code Suite for Design, Safety Analysis and Operation of HWRs, 2012.
- Kluger, G. *Distinctive Safety Aspects of the CANDU_PHW Reactor Design*, 1980.
- Meneley D. y Muzumdar A., *Large LOCA Margins & Void Reactivity in CANDU Reactors* CANDU Owner Group Inc., COG-07-9012, 2007.
- INVAP S.E., *MTR_PC v3.0 Neutronic, Thermohydraulic and Shielding Calculation on Personal Copmputers Manual*, 2004.
- INVAP S.E., *CITVAP V3.5 Reactor Calculation Code Manual*, 2008.
- Oak Ridge National Laboratory, *Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System - WIMS-D4 Manual*. s.l.:Radiation Safety Information Computational Center, 1991.
- Pelowitz, D.B., *MCNPX User's Manual – Version 2.6.0*, Los Alamos National Laboratory, 2008.
- Snell, V., <https://canteach.candu.org/Content%20Library/19990103.pdf>, 2001.
- Tim, E. y Miller, D., *POWDERPUFS-V user's manual*. Mississauga, Canada, 1976.